

вающих нейтронов в кинетике цепной реакции не может быть незначительной.

Рассмотрим теперь режим, отличный от критического. В этом случае решение можно искать в виде

$$N = N_0 e^{t/\tau}, \quad C = C_0 e^{t/\tau}. \quad (11.29)$$

При подстановке этих выражений в систему (11.26) для τ получается квадратное уравнение, решение которого имеет вид

$$\tau = \frac{T - T_3(k - k\beta - 1) \pm \sqrt{\{T - T_3(k - k\beta - 1)\}^2 + 4TT_3(k - 1)}}{2(k - 1)}. \quad (11.30)$$

В подкритическом режиме ($k < 1$) оба корня отрицательны, что соответствует отрицательным показателям экспонент в (11.29), т. е. гашению реакции. В надкритическом режиме ($k > 1$) один из корней (11.30) положителен и обеспечивает нарастание реакции. При $k - 1 \ll 1$ с учетом (11.28) этот положительный корень с хорошей точностью равен

$$\tau = \frac{T_3\beta}{k - 1} = \tau_0 \frac{T_3\beta}{T}. \quad (11.31)$$

Из (11.31) видно, что при небольшой степени надкритичности скорость нарастания интенсивности цепной реакции вообще не зависит от времени жизни одного поколения нейтронов и определяется только запаздывающими нейтронами. Поскольку величина $T_3\beta$ имеет порядок $5 \cdot 10^{-2}$ с, то ясно, что наличие запаздывающих нейтронов по крайней мере на два порядка снижает скорость нарастания интенсивности. Например, при $k - 1 = 10^{-3}$ за 0,5 с число нейтронов увеличится уже не в сто раз (см. выше), а лишь на 10%.

Таким образом, наличие запаздывающих нейтронов решающим образом упрощает проблему регулирования скорости протекания цепной реакции, причем не только на медленных, но и на быстрых нейтронах.

§ 3. Ядерные реакторы

1. *Реактором называется устройство, в котором поддерживается управляемая цепная реакция деления.* В соответствии с типом цепной реакции различают реакторы на медленных, промежуточных и быстрых нейтронах.

Составными частями любого реактора являются: а) активная зона, обычно окруженная отражателем (см. гл. X, § 4, п. 4); б) теплоноситель; в) система регулирования; г) радиационная защита; д) другие конструктивные элементы; е) пульт дистанционного управления.

При работе реактора происходят следующие процессы: а) выделение тепла за счет экзотермичности реакции деления; б) выгорание

и воспроизводство горючего; в) отравление активной зоны осколками деления, которые сильно радиоактивны и могут интенсивно поглощать нейтроны; г) отравление защиты и конструктивных материалов нейтронами, что ведет как к вторичной радиоактивности, так и к изменению физико-химических свойств.

Основной характеристикой реактора является его *мощность* — количество тепловой энергии, выделяющейся в единицу времени. Мощность реактора измеряется в мегаваттах (10^6 Вт). Мощность в 1 МВт соответствует цепной реакции, в которой происходит $3 \cdot 10^{16}$ актов деления в секунду.

Имеется большое количество разных видов реакторов. Одна из типичных схем теплового реактора изображена на рис. 11.3.

2. Главной частью реактора является активная зона, в которой протекает реакция и тем самым выделяется энергия. В тепловых реакторах и в реакторах на промежуточных нейтронах активная зона состоит из горючего, как правило, смешанного с неделящимся изотопом (обычно ${}_{92}\text{U}^{238}$), и из замедлителя. В активной зоне реакторов на быстрых нейтронах замедлителя нет.

Объем активной зоны варьируется от десятых долей литра в некоторых реакторах на быстрых нейтронах до десятков кубометров в больших тепловых реакторах.

Для уменьшения утечки нейтронов активной зоне придают сферическую или близкую к сферической форму (например, цилиндр с высотой, примерно равной диаметру, или куб).

В зависимости от относительного расположения горючего и замедлителя различают гомогенные и гетерогенные реакторы. Примером гомогенной активной зоны может служить раствор уранилсульфатной соли U_2SO_4 в обычной или тяжелой воде. Более распространены гетерогенные реакторы. В гетерогенных реакторах активная зона состоит из замедлителя, в который помещаются кассеты, содержащие горючее. Поскольку энергия выделяется именно в этих кассетах, их называют *тепловыделяющими элементами* или сокращенно *ТВЭлами*. Расстояния между ТВЭлами не должны превышать сумму длин замедления и диффузии (см. гл. X, § 4).

Активная зона с отражателем часто заключается в стальной кожух.

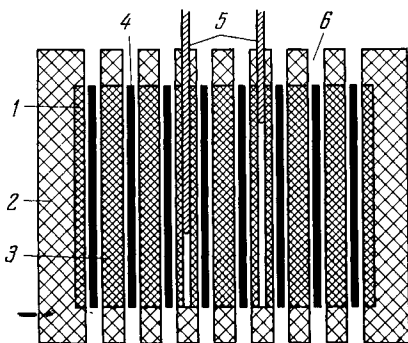


Рис. 11.3. Схема гетерогенного теплового реактора.

1 — активная зона, 2 — отражатель, 3 — замедлитель, 4 — тепловыделяющие элементы, 5 — стержни регулирования и аварийной защиты, 6 — канал для протока теплоносителя.

Активную зону в реакторах на тепловых нейтронах окружают хорошим отражателем. В реакторах на быстрых нейтронах в отражатель часто вводят большие количества не делящихся тепловыми нейтронами, но способных к воспроизводству изотопов ${}_{92}\text{U}^{238}$ или ${}_{90}\text{Th}^{232}$. Наличие этих тяжелых ядер резко уменьшает альбедо отражателя, но зато позволяет повысить воспроизводство горючего. Такой отражатель называют зоной воспроизводства.

Приведем для примера данные об активной зоне реактора первой в мире атомной электростанции (АЭС) в Обнинске (1954). Большой вклад в создание первой АЭС внесли Д. И. Блохинцев, Н. А. Доллежал, А. К. Красин, В. А. Малых. Активная зона имеет форму цилиндра с размерами $1,5 \times 1,7$ м. В графитовый замедлитель введены 128 твэлов, содержащих около 550 кг обогащенного до 5% урана. Электрическая мощность реактора составляет 5 МВт.

3. Отвод тепла реакции из активной зоны осуществляется *теплоносителем*. В энергетических реакторах теплоноситель должен не только достаточно интенсивно отводить тепловую энергию из активной зоны, но и с минимальными потерями передавать ее в установку, вырабатывающую электроэнергию.

К теплоносителю предъявляются требования: большой теплоемкости, слабого поглощения нейтронов, слабой химической активности. Не существует веществ, вполне удовлетворяющих всем этим требованиям. При не чрезмерно больших потоках тепла в реакторах на тепловых нейтронах в качестве теплоносителя стараются использовать вещества, удобные в обращении: воду, водяной пар, воздух, азот, углекислый газ и т. д.

Вода обладает хорошей конвекционной теплопроводностью и слабо поглощает нейтроны. В мощных реакторах, имеющих температуру активной зоны около 300°C , использование воды затрудняется ее закипанием. Чтобы избежать кипения, приходится сильно повышать давление в системе теплоотвода. А это требует использования больших количеств нержавеющей стали, которая сильно поглощает нейтроны. Кроме того, при высоких температурах вода становится химически активной. Интересной разновидностью водяного теплоносителя является система с кипящей водой, не требующая больших давлений. При этом получающийся пар можно направлять прямо в энергетическую турбину, что в перспективе дает возможность получать высокий к. п. д. в соответствующих энергетических установках. Недостатком реактора на кипящей воде является довольно сильная зависимость коэффициента размножения k от давления пара в активной зоне, что может привести к опасной нестабильности реактора.

Основным недостатком газовых теплоносителей является необходимость прокачки газа с большой скоростью и под высоким давлением, так как иначе теплоотвод будет слишком слабым. Поэтому

газовый отвод тепла используется только в реакторах с относительно низким удельным энерговыделением.

Особенно сложна проблема теплоотвода в реакторах на быстрых нейтронах, где энерговыделение громадно (около 0,5 кВт на см³), а к теплоносителю предъявляется дополнительное требование возможно меньшего замедления нейтронов. Поэтому в реакторах на быстрых нейтронах, как правило, используют наилучший по теплоотдающим свойствам материал — жидкий натрий, несмотря на то, что он обладает целым рядом очень «неприятных» свойств: исключительно высокой химической активностью по отношению к воде, вторичной активностью под действием нейтронов.

4. Управление протеканием цепной реакции осуществляется обычно регулирующими стержнями из материалов, сильно поглощающих нейтроны. Эти стержни можно полностью или частично вводить в активную зону, параметры которой рассчитаны так, чтобы при полностью вставленных стержнях реакция заведомо не шла. При постепенном вынимании стержня коэффициент размножения k в активной зоне растет и при некотором положении стержней достигает до единицы. В этот момент реактор начинает работать. В процессе работы коэффициент k изменяется в основном в сторону уменьшения за счет загрязнения активной зоны осколками деления. Эти изменения коэффициента размножения компенсируются выдвиганием и, если надо, вдвиганием стержней. На случай внезапного увеличения интенсивности реакции в реакторе имеются дополнительные аварийные стержни, введение которых в активную зону немедленно прекращает реакцию.

Регулирующие стержни делаются из кадмия, карбида бора и др. Поглощение нейтронов происходит в основном на изотопах кадмия $_{48}\text{Cd}^{113}$ и бора $_{5}\text{B}^{10}$, сечения поглощения на которых равны соответственно $2 \cdot 10^4$ и $4 \cdot 10^3$ барн для тепловых нейтронов.

Быстрые нейтроны сравнительно слабо поглощаются в стержнях. Поэтому для регулирования быстрых реакторов малых размеров используют удаление отражателя от активной зоны и приближение к ней.

5. Из активной зоны реактора выходит мощный поток нейтронов, примерно в 10^{21} раз превышающий излучение, предельно допустимое санитарными нормами. Кроме того, в результате β -распада образуется поток γ -излучения примерно такой же мощности. Защита должна в достаточной степени ослаблять оба потока. Как мы знаем из гл. VIII, § 4, наилучшей защитой от γ -излучения являются материалы с большим атомным номером Z . Для защиты от нейтронов наряду с хорошими поглотителями необходимы материалы, эффективно замедляющие нейтроны, потому что проникающая способность особенно велика у быстрых нейтронов. В качестве замедлителей в защите используются легкие элементы и элементы, на которых идет интенсивное неупругое рассеяние нейтронов (железо, свинец и др.):

При расчете защиты реактора необходимо учитывать, что при радиационном захвате (n , γ) на ядрах защиты могут вылетать довольно жесткие γ -кванты. Хорошей и дешевой защитой как от самих нейтронов, так и от вторичных γ -квантов является бетон с железным заполнителем.

6. К конструкционным материалам в реакторах предъявляется дополнительное требование радиационной стойкости, т. е. длительного сохранения физических и химических свойств в условиях интенсивнейшего нейтронного облучения. Особенно опасны коррозия и падение механической прочности. Так, коррозия оболочек твэлов и теплоносителей может привести к нарушению герметичности и тем самым к радиоактивному заражению теплоносителя, а иногда и к аварии. Для изготовления конструктивных элементов применяются алюминий, его сплавы с магнием или бериллом, цирконий, керамические материалы, нержавеющая сталь, графит, покрытия из ниобия, молибдена, никеля и некоторые другие материалы.

7. Состояние работающего реактора характеризуется коэффициентом размножения k в активной зоне. Вместо k для описания поведения реактора часто используется другая величина — *реактивность* ρ :

$$\rho = \frac{k-1}{k}. \quad (11.32)$$

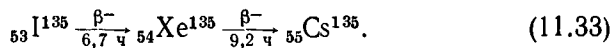
Очевидно, что при $\rho < 0$ реакция гаснет, при $\rho = 0$ идет стационарный процесс, а при $\rho > 0$ интенсивность реакции нарастает. При стационарной работе реактора реактивность постепенно падает за счет отравления активной зоны осколками деления. Из этих осколков особенно вредны сильно поглощающие нейтроны изотопы ксенона ${}_{54}\text{Xe}^{135}$ и самария ${}_{62}\text{Sm}^{149}$. Например, для ${}_{54}\text{Xe}^{135}$ сечение поглощения тепловых нейтронов равно $3 \cdot 10^6$ барн. Поэтому для обеспечения длительной непрерывной работы реактора без смены горючего необходимо, чтобы он имел начальный запас реактивности. Запасом реактивности называется реактивность (конечно, расчетная) реактора при полностью выведенных регулирующих стержнях. Начальный *запас реактивности* компенсируется вставленными стержнями, которые по мере «отравления» активной зоны осколками постепенно выводятся из активной зоны. Для ориентировки укажем, что в реакторе первой АЭС запас реактивности составлял 0,13, что соответствует значению $k = 1,15$.

Для нормальной работы реактора значение реактивности в нем необходимо поддерживать с точностью от 10^{-5} до 10^{-7} в зависимости от типа реактора. Следует учитывать, что реактивность зависит от мощности, т. е. от интенсивности протекания цепной реакции. Эта зависимость носит характер обратной связи, так как изменение интенсивности само зависит от реактивности. Эта обратная связь

определяется многими причинами и может быть как отрицательной, так и положительной. Для эксплуатации реактора удобна отрицательная обратная связь, при которой случайно возникшее возрастание мощности реактора уменьшает реактивность, что способствует возвращению мощности к исходному уровню. Имеются, однако, и реакторы с положительной обратной связью, в которых случайно возникшее увеличение мощности стремится само себя усилить. Таков, например, уже упоминавшийся нами реактор первой АЭС. При положительной обратной связи приходится непрерывно следить не только за первой, но и за второй производной мощности по времени.

В реакторах с высоким значением потока тепловых нейтронов (свыше 10^{13} на см^2 в секунду) реактивность заметно спадает после остановки реактора и восстанавливается лишь через несколько десятков часов.

На рис. 11.4 приведена зависимость реактивности от времени после остановки реактора для нескольких значений потока тепловых нейтронов. Это явление называется «иодной ямой». Механизм иодной ямы таков. При делении ${}_{92}\text{U}^{235}$ или ${}_{94}\text{Pu}^{239}$ медленными нейтронами с вероятностью 6% получается осколок ${}_{52}\text{Te}^{135}$ (теллур), который через 0,5 мин путем β -распада превращается в изотоп иода ${}_{53}\text{I}^{135}$. Этот изотоп тоже β -активен, но период его полураспада уже равен 6,7 ч. Продуктом распада ${}_{53}\text{I}^{135}$ является изотоп ксенона ${}_{54}\text{Xe}^{135}$, уже упоминавшийся в начале этого пункта как сильнейший поглотитель тепловых нейтронов. Изотоп ${}_{54}\text{Xe}^{135}$ в свою очередь претерпевает β -распад с периодом 9,2 ч и превращается в практически стабильный изотоп цезия ${}_{55}\text{Cs}^{135}$. Период полураспада изотопа ${}_{55}\text{Cs}^{135}$ равен двум миллионам лет (продукт — стабильный изотоп бария ${}_{56}\text{Ba}^{135}$). Из всей этой цепи распадов нам важен лишь отрезок



В работающем с постоянной мощностью реакторе устанавливается определенная равновесная концентрация ядер ${}_{54}\text{Xe}^{135}$. При больших потоках тепловых нейтронов эта равновесная концентрация мала из-за убыли ${}_{54}\text{Xe}^{135}$ в результате поглощения нейтронов. Интенсивность поглощения пропорциональна потоку нейтронов.

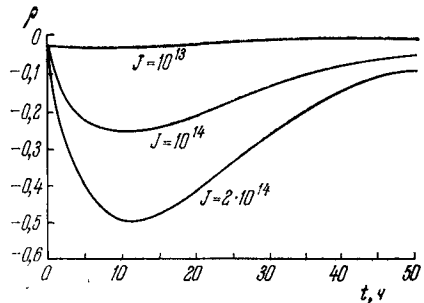


Рис. 11.4. Зависимость реактивности реактора от времени для различных потоков J нейтронов.

Отсчет времени начинается с момента выключения реактора.

При остановке реактора поглощение прекращается, а накопившийся в реакторе изотоп ${}_{53}\text{I}^{135}$ продолжает распадаться. В результате количество ${}_{54}\text{Xe}^{135}$ начинает расти в соответствии с формулой (6.24) до тех пор, пока не распадается заметная доля йода. Это приводит к временному снижению реактивности реактора. При ограниченном запасе реактивности из-за йодной ямы реактор не удастся запустить вскоре после остановки. Например, при запасе реактивности 0,1 и потоке медленных нейтронов 10^{14} частиц в секунду на см^2 через полчаса после остановки реактор нельзя запустить в течение полутора суток.

8. По своему назначению реакторы можно разделить на энергетические, экспериментальные, исследовательские, а также производящие новые делящиеся элементы и радиоактивные изотопы. Каждый конкретный реактор характеризуется: а) типом горючего; б) замедлителем; в) структурой активной зоны (гомо- или гетерогенный); г) теплоносителем; д) назначением, е) типом режима (непрерывный или импульсный); ж) конструктивными особенностями. Поэтому в настоящее время существует большое число различных видов реакторов. В этом пункте мы, не претендуя на полноту, опишем несколько как наиболее распространенных, так и оригинальных разновидностей реакторов.

Основными типами энергетических реакторов являются водяные, газо-графитовые, а также водо-графитовые (первое — теплоноситель, второе — замедлитель). Реактор первой АЭС в Обнинске — водо-графитовый. Два такого же типа реактора мощностью по 1000 МВт установлены на Ленинградской АЭС.

Три водо-водяных реактора мощностью по 90 МВт (здесь и дальше для энергетических реакторов приводится мощность вырабатываемой электроэнергии) установлены на ледоколе «Ленин». Реакторы этого типа (мощностью 210, 365, 440, 440 МВт) установлены на Ново-Воронежской АЭС. Водо-водяные реакторы положены в основу ядерной энергетики США, где построено более сотни таких АЭС. Имеются оценки, показывающие, что стоимость электроэнергии на водо-водяных АЭС может быть сделана не более высокой, чем на обычных тепловых электростанциях. В Англии в основу ядерной энергетики положены газо-графитовые реакторы. Там уже действуют десятки таких АЭС.

Для исследования эффективности и экономичности реакторов разных типов строятся небольшие экспериментальные энергетические установки, обычно небольшой мощности, от нескольких до 20—30 МВт. В частности, имеются попытки использования для замедления таких дорогих, но слабо поглощающих нейтроны материалов, как тяжелая вода и даже гелий, который вообще не поглощает нейтроны.

Исследовательские реакторы используются главным образом для исследования взаимодействий нейтронов с ядрами и действия

нейтронного облучения на различные физические и химические свойства кристаллов и органических соединений. Поэтому важной характеристикой таких реакторов является поток нейтронов, имеющий обычно порядок 10^{12} — 10^{14} нейтрон/(см²·с). Как правило, в оболочке активной зоны исследовательского реактора имеется несколько отверстий для вывода нейтронных пучков наружу. Примером типичного мощного исследовательского реактора является советский реактор ВВР-М, имеющий мощность 10 МВт и дающий поток нейтронов $3 \cdot 10^{14}$ частиц/(см²·с). Для исследования взаимодействий промежуточных нейтронов с веществом в нашей стране построен исследовательский водо-водяной реактор на промежуточных нейтронах СМ-2, который при не очень большой мощности дает очень интенсивный ($5 \cdot 10^{15}$ нейтрон/(см²·с)) поток нейтронов. Такой высокий поток нейтронов удалось получить благодаря специальной геометрии: активная зона реактора очень мала (30 л), а в середине ее имеется полость, заполненная водой и являющаяся как бы ловушкой нейтронов. В этой полости и получается столь высокий поток нейтронов.

Значительно более интенсивные потоки нейтронов можно получить на короткое время в импульсном реакторе. Так, в советском импульсном графитовом реакторе ИГР в максимуме импульса развивается мощность 10^5 МВт, а поток нейтронов достигает 10^{18} нейтрон/(см²·с). Длительность импульса имеет порядок 0,1 с. Считается возможным создание на порядок более мощного реактора такого типа, что даст возможность получать вполне доступный регистрированию поток антинейтрино.

Своеобразен установленный в Дубне (1959) исследовательский реактор ИБР-30 (импульсный быстрый реактор, построен по идее Д. И. Блохинцева и И. И. Бондаренко). Этот реактор, грубо говоря, состоит из двух плутониевых цилиндров, между которыми имеется зазор. Размеры цилиндров и зазора подобраны так, что $k < 1$, но при заполнении зазора ураном получается $k > 1$, и начинается интенсивная реакция. Между торцами цилиндров проходит периферийная часть стального диска, вращающегося со скоростью 5000 об/мин (рис. 11.5). В диск заделаны два урановых вкладыша. При каждом прохождении вкладыша между цилиндрами происходит короткая вспышка цепной реакции. Мощность в импульсе достигает 150 МВт при средней мощности ≥ 30 кВт. Нейтронный пучок из ИБР поступает в километровую трубу метрового диаметра. К концу трубы нейтроны с разными скоростями подходят в разные моменты времени. Это позволяет выделять по времени пролета монохроматические нейтроны различных энергий, что в свою очередь позволяет разрешать очень узкие и близкие друг к другу нейтронные резонансы (см. также гл. IX, § 3).

В настоящее время в г. Дубне установлен более мощный импульсный реактор ИБР-2.

Первые реакторы в основном работали на естественной или слегка обогащенной смеси изотопов урана и использовались для получения чистого ядерного горючего плутония ${}_{94}\text{Pu}^{239}$ из ${}_{92}\text{U}^{238}$. Получение плутония и поныне является важной задачей реакторной промышленности.

Среди осколков деления имеется большое количество перегруженных нейтронами β - и γ -активных изотопов. Многие из этих изотопов извлекаются и используются в различных областях науки

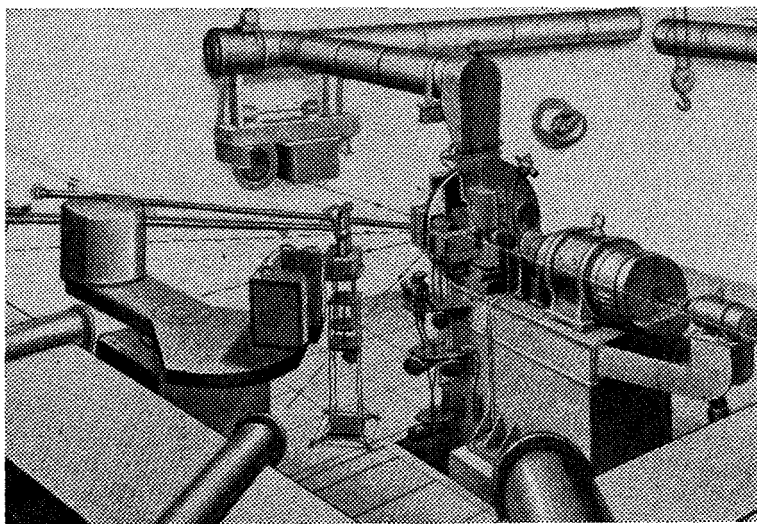


Рис. 11.5. Схема импульсного реактора ИБР-30.

Пунктиром отмечены оси нейтронотводов.

и техники, о чем мы расскажем в гл. XIII. В реакторе можно за счет реакций (n , γ) производить и другие перегруженные нейтронами изотопы, помещая в активную зону соответствующие элементы. Мощные потоки нейтронов в реакторе позволяют производить в нем нужные изотопы в больших количествах. Напротив, нейтронно-дефицитные изотопы производить в реакторе нельзя. Такие изотопы (например, необходимый для изучения эффекта Мёссбауэра на железе изотоп кобальта ${}_{27}\text{Co}^{57}$) производятся на специальных высокоточных циклотронах, обычно с помощью реакции подхвата (p , d).

9. Среди всех типов реакторов особое место занимают энергетические реакторы-размножители (или, что то же, бридеры). В этих реакторах одновременно с выработкой электроэнергии идет процесс расширенного воспроизводства горючего за счет реакции (11.9). Воспроизводство идет и в большинстве обычных реакторов, при-

чем коэффициент воспроизводства (11.14), как правило, имеет значение 0,6—0,8. Это означает, что в реакторе на естественном или слабо обогатенном уране используется не только изотоп ${}_{92}\text{U}^{235}$, но и заметное количество изотопа ${}_{92}\text{U}^{238}$. Но только при $K_B > 1$ появляется возможность использовать весь изотоп ${}_{92}\text{U}^{238}$ (или весь изотоп ${}_{90}\text{Th}^{232}$ для реакции (11.10)).

Таблица 11.2. Значения коэффициентов $\eta - 1$ для делящихся изотопов

Ядро	${}_{92}\text{U}^{238}$	${}_{92}\text{U}^{235}$	${}_{94}\text{Pu}^{239}$
$\eta - 1$, тепловые нейтроны ($E = 0,025$ эВ)	1,28	1,07	1,09
$\eta - 1$, быстрые нейтроны ($E = 1$ МэВ)	1,45	1,3	1,7

В табл. 11.2 приведены вытекающие из табл. 11.1 значения коэффициента $\eta - 1$ для трех делящихся медленными нейтронами изотопов, причем как для тепловых, так и для быстрых нейтронов. Из этой таблицы видно, что для изотопов ${}_{92}\text{U}^{235}$ и ${}_{94}\text{Pu}^{239}$ расширенное воспроизводство практически возможно только в реакции на быстрых нейтронах, так как для медленных нейтронов соответствующие значения 1,07 и 1,09 величины $\eta - 1$ слишком мало отличаются от единицы. Для реакции же на быстрых нейтронах, во-первых, величина $\eta - 1$ заметно превышает единицу (1,3 и 1,7 соответственно *)), а во-вторых, можно существенно использовать деление изотопа ${}_{92}\text{U}^{238}$ быстрыми нейтронами, что позволяет повысить фактическое воспроизводство примерно на 0,2—0,3. Для урана ${}_{92}\text{U}^{233}$ величина $\eta - 1$ достаточно велика (1,28) уже для тепловых нейтронов и мало повышается (до 1,45) при переходе к быстрым. Поэтому расширенное воспроизводство на ${}_{92}\text{U}^{233}$ можно вести и в тепловых реакторах. Однако в настоящее время такое воспроизводство ${}_{92}\text{U}^{233}$ в широком масштабе еще не налажено. Поэтому основой ядерной энергетики с расширенным воспроизводством горючего являются реакторы на быстрых нейтронах.

Энергетические реакторы-размножители должны стать главным направлением в развитии ядерной энергетики в Советском Союзе. Существенный вклад в разработку физических основ быстрых реакторов был сделан И. И. Бондаренко, О. Д. Казачковским, А. И. Лейпунским и Л. Н. Усачевым.

*) Приведенные цифры относятся к «жестким» спектрам нейтронов, близким к спектрам деления. В реальных установках спектр нейтронов смягчается за счет частичного замедления, что приводит к снижению $\eta - 1$ до 1,1 для ${}_{92}\text{U}^{235}$ и до 1,3 для ${}_{94}\text{Pu}^{239}$.

В реакторе на быстрых нейтронах нет замедлителя, что резко уменьшает объем активной зоны. Но, как мы знаем, из-за закона « $1/v$ » сечения реакций на быстрых нейтронах очень малы по сравнению с соответствующими сечениями на медленных нейтронах. Поэтому критическая масса горючего (но не всей активной зоны) в реакторе на быстрых нейтронах значительно больше, чем на медленных. Отсюда следует, что реактор на быстрых нейтронах имеет низкую удельную мощность, т. е. мощность на килограмм делящегося вещества в реакторе. Удельная мощность реакторов на быстрых нейтронах примерно в пять раз ниже, чем тепловых. Удельная мощность вместе с коэффициентом воспроизводства и временем задержки топлива в процессе его переработки определяют практически важную характеристику реактора-размножителя, называемую *временем удвоения*. Время удвоения — это промежуток времени, за который количество топлива в системе удваивается. Согласно оценкам реальное значение времени удвоения составляет примерно 10 лет.

Эксплуатация реакторов-размножителей на быстрых нейтронах сопряжена со значительными трудностями, связанными главным образом с исключительно высокой плотностью энерговыделения и с трудностью регулирования, возникающей в связи с тем, что регулирующие стержни слабо поглощают быстрые нейтроны. Высказывались мнения, что строительство промышленных энергетических установок на быстрых нейтронах вообще нереально. Сейчас, однако, доказано, что энергетика на быстрых нейтронах столь же реальна, как и на медленных. В США с 1962 г. эксплуатировался энергетический реактор на быстрых нейтронах «Энрико Ферми» с электрической мощностью 60 МВт. В СССР первый экспериментальный реактор БР-2 на быстрых нейтронах был создан в 1956 г. в Обнинске. На Шевченковской АЭС с 1972 г. работает энергетический реактор на быстрых нейтронах БН-350. Его тепловая мощность 650 МВт, электрическая — до 120 МВт. Он используется для получения пресной воды из Каспийского моря и вырабатывает до 80000 тонн пресной воды в сутки. В Мелекесе работает реактор на быстрых нейтронах БОР-60 мощностью 60 МВт. На Белоярской АЭС сооружается реактор БН-600 с электрической мощностью 600 МВт. Ведутся разработки быстрого реактора БН-1600, который в будущем должен стать основой серийных блоков АЭС. За рубежом работают два энергетических реактора на быстрых нейтронах, один в Англии, а другой — во Франции.

§ 4. Управляемый термоядерный синтез

1. Получение энергии в термоядерных реакциях синтеза связано с осуществлением в макроскопических масштабах управляемой реакции

